

ДОЛГОСРОЧНЫЕ ГАРАНТИИ ДЛЯ ПЛУТОНИЯ В ГЕОЛОГИЧЕСКИХ ХРАНИЛИЩАХ

Пер Ф. Питерсон

Степень и продолжительность гарантий в геологических хранилищах будет зависеть от относительной трудности извлечения расщепляющихся материалов по сравнению с использованием альтернативных источников. Старое отработанное топливо, выдержанное в течение более, чем трехсот лет, привлекает особое внимание из-за относительно высокого содержания в нем плутония и низкого уровня радиации. Для представления исходных данных для политических решений по существующему циклу ядерного топлива следует предсказать несколько параметров, включающих максимально возможные в будущем скорости проходки туннелей, их стоимость и уровень возникающего шума; трудности и стоимость выделения плутония; и возможность применения выделяемого плутония реакторного качества в ядерных взрывных устройствах. Разработка хранилищ старого отработанного топлива представляет собой новое направление риска ядерного распространения для будущих поколений: потенциальные мощности производства плутония будут значительно превышать мощности, возможные при переработке топлива со специализированных реакторов.

Автор работает в отделении ядерной техники в Калифорнийском университете в Беркли.

ВВЕДЕНИЕ

В хранилищах для радиоактивных отходов высокой активности будет находиться значительное количество плутония, как в сравнительно концентрированном виде (например, в отработанном реакторном топливе или в остеклованном плутонии из оружия), так и в более разбавленных формах (остеклованных переработанных отходах или транс-урановых отходах). Отделение по гарантиям Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) определило, что для хранилищ с отработанным топливом гарантии должны продолжаться неопределенно долгое время. Отработанное топливо: прошедшее дополнительную обработку (например, остеклованное), представляет меньшую опасность из-за большей степени разбавления, но из-за отсутствия в настоящее время единого мнения о будущем риске МАГАТЭ требует гарантий и для хранилищ с подобными материалами¹. Сван² показал, что плутоний, извлеченный из старого хранилища, вполне может быть использован для изготовления ядерных взрывных устройств.

Уровень радиоактивности старого отработанного топлива с возрастом более 300 лет заметно уменьшается, что позволяет использовать методы обращения с прямым контактом, упрощающие химическое выделение плутония. Для того, чтобы в результате радиоактивного распада концентрация плутония в отходах уменьшилась до уровня, характерного для отходов переработки, понадобится значительно большее время (более 200 тысяч лет)³. В будущем хранилища для отработанного топлива могут быть расположены в нескольких странах. Строительство хранилищ для отработанного топлива может быть начато не менее, чем в 25 странах. Восемь стран планируют в настоящее время перерабатывать все отработанное топливо и утилизировать только отходы переработки (см. табл. 1).

Таблица 1: планируемые хранилища

Страна	Метод	Количество энергетич. реакторов	Полная мощность (Мвт-эл.; 1994)
Канада	ОТ	22	15 422
Финляндия	ОТ	4	2 310
Германия	ОТ/П	21	22 703
Испания	ОТ/П	9	7 085
Швеция	ОТ	12	10 002
Тайвань	ОТ	6	4 884
США	ОТ	109	99 510
Аргентина	П	2	935
Бельгия	П	7	5 527
Китай	П	2	1 800
Франция	П	56	57 623
Япония	П	47	36 946
Россия	П	25	19 799
Швейцария	П	5	2 985
Англия	П	34	11 540
18 прочих	?	83	36 849

ОТ - отработанное топливо; П - переработка

Исследования характеристик геологических хранилищ были в основном направлены на анализ возможности

выброса радиоактивных материалов в результате естественных явлений или случайного вмешательства человека⁵. Предлагались также сравнительно недорогие и простые методы контроля за геологическими хранилищами для предотвращения несанкционированного изъятия плутония. Предложенные методы гарантий включали в себя анализ периодически получаемых со спутников изображений и регулярные инспекции наземных площадок международными группами инспекторов⁶, а также использование дистанционно управляемых сейсмических станций для обнаружения бурильных работ и деятельности по проходке туннелей вблизи хранилища⁷. Можно рассмотреть также применение ловушек или других устройств для затруднения доступа, но, скорее всего, такие устройства не будут использоваться из-за того, что они будут препятствовать законному доступу к хранилищу. Было предложено также проект хранилища под морским дном, строительство которого должно было вестись с искусственного или естественного острова, который должен быть уничтожен после закрытия хранилища, что должно исключить большую часть сценариев случайных и преднамеренных вторжений⁸. В проектах обычных хранилищ остается много открытых вопросов, таких, как методы бурения, как виды промышленной и горнодобывающей деятельности, которые должны быть ограничены на площадках хранилищ, как институциональные и экономические системы, которые должны быть созданы для поддержания адекватных гарантий на многочисленных площадках хранилищ в течение периодов времени, превышающих сотни тысяч лет.

МАГАТЭ может формально прекратить действие гарантий на геологических хранилищах, если оно решит, что расщепляющиеся материалы в хранилищах "израсходованы или разбавлены до такой степени, что они больше не являются пригодными для любого применения в атомной технике, или стали практически неизвлекаемыми"⁹. В конце концов определенное количество плутония будет утилизировано, скорее всего, в геологических хранилищах, либо в больших количествах в отработанном топливе, либо в меньших количествах и в более разбавленном виде в переработанных отходах. Таким образом, можно перечислить следующие технические вопросы, связанные с оценкой риска для долговременной безопасности в геологических хранилищах:

- ♦ как легко (в финансовом аспекте и в отношении рабочей силы) можно добыть расщепляющиеся материалы при разработке хранилища по сравнению с альтернативными методами производства;
- ♦ как легко можно получить доступ к хранилищу;
- ♦ какова продолжительность тайной деятельности до начала производства;
- ♦ как быстро можно получить расщепляющиеся материалы после начала производства;
- ♦ какова вероятность того, что из этих расщепляющихся материалов могут быть созданы функционирующие ядерные взрывные устройства.

Ответы на эти вопросы следует сравнить с ответами для альтернативных методов получения расщепляющихся материалов, наиболее важными из которых являются:

- ♦ изъятие материала из действующей программы гражданской атомной энергетики;

- ♦ производство на специализированных реакторах и установках по переработке;
- ♦ производство на установках по разделению изотопов урана.

Ответы на поставленные выше вопросы и вытекающие из них следствия по безопасности будут зависеть также от того, кто будет предпринимать попытки получения расщепляющихся материалов: государство, которому принадлежит хранилище; другое государство, применяющее военную силу; или субнациональная группа.

Для государства, которому принадлежит хранилище, самыми важными вопросами будут продолжительность тайных операций перед началом производства, и возможные объемы производства расщепляющихся материалов. Ответы на эти вопросы определяют возможность применения международных санкций или военного вмешательства до того, как будет произведено и развернуто достаточное количество единиц ядерного оружия.

В течение следующих нескольких сотен тысяч лет национальные границы в областях расположения хранилищ могут измениться. Во время таких периодов нестабильности расщепляющиеся материалы в хранилищах могут подвергнуться другой угрозе от государств, использующих военную силу. Точно так же во время нестабильности может облегчиться доступ субнациональных групп к хранилищам, хотя в обычных условиях для предотвращения такого доступа достаточно сравнительно небольших полицейских сил. Если успехи технологии проходки туннелей позволят значительно уменьшить уровень шума и облегчить камуфляж наземных операций, то доступ любых групп к хранилищам существенно упростится. С другой стороны, будущие успехи в технологии обогащения могут сделать разработку хранилищ в качестве источника расщепляющихся материалов для ядерных взрывных устройств относительно менее привлекательной.

В этой статье исследуется современное состояние технологии в нескольких областях, имеющих отношение к гарантии геологических хранилищ. Вначале в ней рассматривается технология проходки туннелей и переработки, которые могут быть использованы для получения доступа к плутонию в хранилищах, и проводится сравнение стоимости и сложности с вариантом специализированных реакторов. Свойства старого отработанного топлива и плутония качества хранения вместе с возможностью использования такого плутония для оружия были детально исследованы Свааном¹⁰; сводка результатов его исследований приводится ниже.

СРАВНЕНИЕ СО СПЕЦИАЛИЗИРОВАННЫМИ РЕАКТОРАМИ

Риск распространения, связанный с хранилищами старого отработанного топлива, следует рассматривать в контексте альтернативных методов получения расщепляющихся материалов. Очевидно, что старые хранилища в странах, обладающих ядерным оружием, будут представлять риск распространения, отличающийся от риска хранилищ в странах без ядерного оружия. Точно также, изъятие из хранилища старого отработанного топлива будет менее привлекательным для страны, которая уже начала перерабатывать топливо в национальной программе ядерной энергетики. Однако, любое использование ядерной энергии, продолжающееся в течение сотен тысяч лет, в течение которых плутоний в хранилищах будет оставаться доступным, скорее всего, будет включать повторную переработку любого захороненного отработанного топлива. Поэтому долгосрочный первичный риск распространения от хранилищ отработанного топлива будет в первую очередь связан с неядерными государствами, без долгосрочных программ ядерной энергетики. Для таких государств подходящей технологией для сравнения с разработкой хранилищ будет специализированное производство в реакторах или на установках по обогащению.

Наименьший из практически пригодных промышленных реакторов должен обладать тепловой мощностью около 30 МВт и производить около 8 кг плутония в год. Это количество плутония можно сравнить с номинальной массой в 6 кг плутония, необходимой для изготовления одного ядерного взрывного устройства. Капитальная стоимость горнодобывающих предприятий (2500 т высококачественного уранита или 500 000 т низкокачественной фосфатной руды в год),

горнообогатительной фабрики (100 т U_3O_8 в год), завода по производству топлива (84 т металлического урана в год) и реактора с графитовым замедлителем (типа того, что установлен в Брукхейвене; 670 т графита реакторного качества, вентиляторы с производительностью 10 000 кубометров воздуха в минуту, потребляющие 6 300 кВт электроэнергии), вместе со стоимостью НИР и ОКР (10 - 15 процентов от капитальной стоимости) и с начальными затратами (20 - 25 процентов от капитальной стоимости) будет лежать в пределах от 81 до 207 миллионов долларов (1992 года), если строящее их государство не будет держать работы в секрете. На строительстве реактора должно быть занято восемь инженеров и сто техников, работающих в течение 3 - 5 лет¹¹.

Капитальная стоимость более крупного реактора с тепловой мощностью в 400 МВт, способного производить 100 кг плутония в год, будет находиться в пределах от 400 до 1000 миллионов долларов (1992 года), а для его строительства потребуется от 50 до 75 инженеров и примерно 150 - 200 техников, которые должны будут работать от 5 до 7 лет. Учитывая стоимость добычи руды и производства реакторного топлива, полученную экстраполяцией от проекта меньшего реактора, можно оценить, что общая капитальная стоимость будет лежать в пределах от 1,0 до 2,2 миллиарда долларов (1992 года)¹².

Для того, чтобы сравняться по стоимости с производством плутония на специализированном реакторе с тепловой мощностью в 30 МВт, в операциях по разработке хранилища со старым отработанным топливом следует использовать один небольшой (с диаметром около 2 м) туннель (или шахту), направленный к одному контейнеру с отходами; производительность выработки должна составлять около 1 т старого отработанного топлива в год (что соответствует изъятию двух топливных сборок легководных реакторов (ЛВР) за год). Однако, при доступе через небольшой туннель или шахту следует учитывать необходимость выборки материала засыпки, расположенного между контейнерами. В стандартных многоцелевых контейнерах (МРС) должна находиться 21 топливная сборка ЛВР; следовательно, извлечение и открытие одного контейнера МРС в два месяца позволит достичь мощности производства плутония, эквивалентной большому промышленному реактору с тепловой мощностью в 2150 МВт. Поскольку дополнительная стоимость извлечения ограниченного количества материала засыпки между контейнерами относительно мала по сравнению с начальной стоимостью туннеля доступа, стоимость извлечения разрабатываемого плутония будет слабо зависеть от мощности производства вплоть до значений, сравнимых с мощностью больших промышленных реакторов.

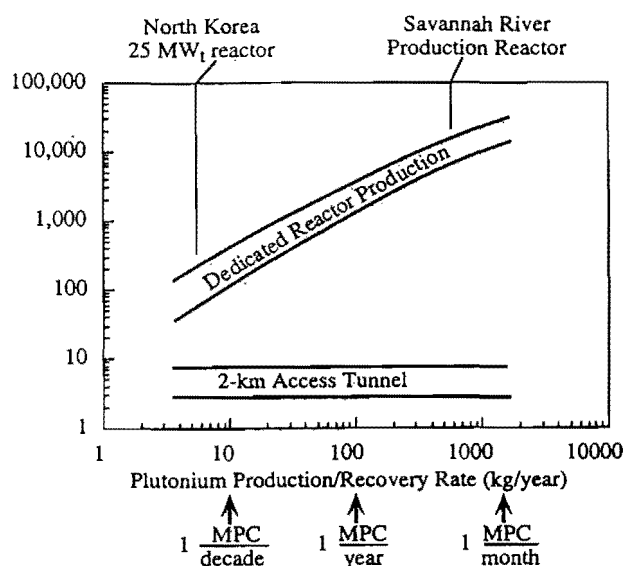


Рисунок 1: Сравнение стоимости производства облученного топлива на специальном реакторе (с учетом добычи и обогащения руды, производства свежего топлива и строительства реактора) со стоимостью извлечения облученного топлива из хранилища со старым топливом через туннель доступа диаметром 2 м и длиной 2 км (в одном контейнере МРС помещается 21 топливная сборка).

На рис. 1 показана относительная капитальная стоимость производства плутония на специализированных промышленных реакторах по сравнению со стоимостью строительства небольшого туннеля для доступа в хранилище; эти данные показывают, что стоимость горной разработки хранилища заметно меньше. В настоящее время наиболее экономичным средством для проходки туннелей с длиной более 1 км являются горнопроходческие комплексы (ТВМ). Однако, это объясняется меньшими затратами на рабочую силу и меньшими процентными ставками из-за сокращения времени строительства. Группа, не имеющая доступа к такой технологии, может выбрать обычные методы бурения и взрыва для сокращения капитальных затрат на оборудование. Новый комплекс ТВМ с диаметром около 4 м стоит от 5 до 6 миллионов долларов (1992 года). Два последних проекта с туннелями длиной около 9 км стоили от 19 миллионов долларов (для диаметра 2,6 м) до 45 миллионов долларов (для диаметра 3,6 м); в эту стоимость были включены различные дополнительные работы¹³. Разница в стоимости хорошо коррелирует с объемом извлеченного грунта при стоимости от 400 до 480 долларов за кубометр. Используя эти оценки, можно получить, что проходка простого небольшого туннеля доступа с диаметром в два метра и длиной в 2 км обойдется от 2,5 до 3,0 миллиона долларов (1992 года). Эта оценка стоимости согласуется с известными данными по стоимости проходки шахтных туннелей из журналов по горной промышленности, которые составляют от 1450 до 3700 долларов за метр туннеля, или от 2,9 до 7,4 миллиона долларов (1992 года) за шахтный туннель доступа длиной в 2 км¹⁴.

Обычное время для поставки нового комплекса ТВМ составляет около 12 месяцев; если использовать отремонтированный комплекс, то это время может быть сокращено на несколько месяцев. Оборудование для бурения и взрывных работ может быть получено значительно быстрее. Например, новый бурильный станок может быть поставлен в течение нескольких месяцев по стоимости, составляющей от 11 до 13 процентов стоимости нового комплекса ТВМ¹⁵. Дополнительное время для проходки туннеля, которое следует сравнить с 3 - 5 годами, требующимися для строительства реактора, обсуждается в следующем разделе.

ХАРАКТЕРНЫЕ ПРОДОЛЖИТЕЛЬНОСТИ ПРОХОДКИ ТУННЕЛЕЙ

Для установления гарантий и требований по безопасности для хранилищ основной интерес представляют два параметра: максимально возможная скорость проходки туннелей и максимальное расстояние, на котором могут быть расположены наземные установки для обеспечения процесса проходки туннеля. Если для охраны хранилища используется акустическое слежение, то важными параметрами являются также уровни шума, сопровождающего проходку.

В настоящее время наибольшая скорость проходки достигается при помощи полномасштабных комплексов ТВМ, на которых на вращающейся режущей головке располагаются многочисленные дисковые фрезы, предназначенные для разрушения породы при проходке туннеля. Обломки породы собираются в установленные на режущей головке корзины и переносятся в верхнюю часть машины, откуда они высыпаются на конвейер и передаются на нем в хвостовую часть. Для перевозки мусора к входу туннеля может быть использован либо длинный конвейер, либо вагонетки. За вращающейся режущей головкой располагаются большие башмаки, которые упираются в стенки туннеля при помощи гидравлических приводов для того, чтобы удерживать машину на месте и обеспечить нужное толкающее усилие.

В табл. 2 указаны данные по нескольким последним проектам проходки туннелей. Современный уровень технологии позволяет при помощи ТВМ добиться средней скорости проходки от 10 до 40 метров в сутки. Перед началом работы комплекса ТВМ необходимо провести подготовительные наземные операции, включающие проходку начального туннеля глубиной в несколько десятков метров при помощи обычных методов; эти операции могут быть проведены за время от 2 до 12 недель. Весь туннель может быть пройден и при помощи обычных методов бурения и взрыва, что позволит сократить расходы на оборудование, но при этом скорость проходки снизится примерно до 5 м в сутки. Подготовительные операции могут быть скрыты внутри относительно небольшого здания, но общий объем извлеченной

из туннеля породы довольно велик и скрыть его будет достаточно трудно.

Таблица 2: Примеры проектов туннелей¹⁶

Проект	Oahe Dam	IVAR Норвегия	Kelano	SVAR Юта
Дата	1955	1989	1991	1990
Диаметр (м)	7,8	3,5	5,7	3,6
Порода	Сланцы	Филлиты	Гранит	Сланцы/песчаник
Длина (км)	-	8,1	6,1	9,2
Смена (часы)	-	18	14	24
Средняя скорость проходки (м/сутки)	15,2	24,1	28,9	47,1
Максим. выработка за сутки, м	42,8	96,6	80,5	127,0

В настоящее время проходка туннелей длиной до 10 км из одного места на поверхности стала довольно обычным делом. Возможна проходка туннелей значительно большей длины. В отношении гарантий можно сказать, что при радиусе защитной зоны хранилища в 15 км для его достижения нужно будет вести проходку туннеля в течение года при средней скорости в 40 м в сутки. Важно отметить, что наблюдавшееся в течение последних десяти лет быстрое увеличение средней скорости проходки может продолжаться и в будущем. Имеются сильные экономические побуждения к дальнейшему развитию этой технологии, связанные с приложениями в городском общественном транспорте, других видах транспорта, в системах водопровода и канализации. Поэтому скорость проходки в 50 м/сутки можно считать вполне консервативной оценкой для тех работ, которые будут проводиться через триста лет, и радиус защитной зоны хранилища в будущем может быть увеличен. Другие достижения в технологии проходки туннелей могут сделать эти работы более быстрыми или более трудными в обнаружении.

Качество комплекса ТВМ может быть описано в терминах использования, скорости размельчения и скорости проходки. Использование характеризуется долей времени, в течение которого производится разрушение грунта, которая может уменьшаться из-за времени на обслуживание и ремонт комплекса и системы выноса грунта, замену режущих фрез, дополнительную работу, связанную с изменением свойств грунта, и на промежутки между рабочими сменами. Скорость размельчения характеризуется перемещением режущей головки за один ее оборот. Скорость проходки пропорциональна скорости размельчения и коэффициенту использования. Повышение скорости проходки достигается за счет повышения использования при увеличении длительности рабочих смен, уменьшении требований к обслуживанию и повышении скорости размельчения за счет улучшения конструкции фрез и режущей головки, увеличения мощности и режущего момента, и активного управления мощностью и тягой¹⁷.

Максимально допустимый угол проходки туннеля комплексом ТВМ определяет, как близко от хранилища можно будет расположить входное отверстие туннеля, и как велика будет нужная длина туннеля. Обычно комплексы ТВМ используются для проходки туннелей с углом наклона менее 18°. Трудности, связанные с большими углами наклона, прежде всего обусловлены требованиями к выносу породы и они могут быть частично устранены переходом от конвейеров с гладкой лентой к конвейерам со ступенчатыми лентами, что позволит увеличить угол наклона до 30°. Другие небольшие изменения связаны с модификацией прицелов и жидкостных датчиков уровня для адаптации к изменениям наклона, и установкой насоса за режущей головкой для откачки воды, которая может накапливаться на дне туннеля¹⁸.

Требования по рабочей силе для обслуживания комплекса ТВМ сравнительно невелики. Размер бригады для обслуживания комплекса и системы выноса породы обычно составляет от 6 до 8 человек. Однако, на проходке туннеля IVAR в Норвегии длиной в 8,1 км и диаметром в 3,6 м работала бригада из четырех человек, включая машиниста локомотива для уборки извлеченной породы¹⁹.

Уровни шума комплекса ТВМ становятся важными, если для обнаружения работ по проходке будет использоваться сейсмический мониторинг. Как правило, уровень шума от работы комплекса ТВМ на полтора-два порядка величины меньше, чем от вибраций при взрывах. Амплитудно-частотные характеристики вибраций от работы комплекса ТВМ похожи на соответствующие характеристики уличного движения средней или высокой напряженности²⁰. Уровням шума ТВМ придается определенное значение, поскольку одним из основных применений этого комплекса становится проходка туннелей для внутригородского транспорта, и усилия по снижению уровня шума этих машин продолжаются. Ожидается, что некоторые из перспективных технологий проходки туннелей, которые будут обсуждаться ниже, будут обладать существенно более низким уровнем шума с другими характеристиками.

Бурильные и взрывные работы используются при проходке туннелей в скальных породах, начиная с 1850 года, и они представляют собой пример простой технологии, которая может быть использована для доступа к хранилищу. В технологии бурения и взрыва используются три последовательных процесса, в отличие от непрерывной работы комплекса ТВМ. Сначала проходчики бурят набор отверстий в скальном грунте и помещают в них заряды взрывчатого вещества. После этого заряды подрываются и бригада проходчиков ожидает, пока не выветрятся газы от взрыва. Затем бригада проходчиков извлекает обломки породы и при необходимости устанавливает крепление туннеля. Скорость проходки увеличилась в результате основных достижений технологии бурения и взрыва. Эти достижения включали замену черного пороха на взрывчатые вещества на основе нитроглицерина, применение перфораторов, работающих на сжатом воздухе (с 1890 года), сверл с насадками из карбида вольфрама (с 1950 года) и гидравлических станков для одновременного бурения нескольких отверстий (с 1980 года). При помощи методов бурения и взрыва можно достичь скорости проходки от 2,5 до 5 м в сутки²¹.

В первые несколько тысячелетий после захоронения горняки, попавшие в хранилище, встретятся с повышенной температурой из-за теплоты радиоактивного распада отработанного топлива. В Юкка-Маунтин хранилище будет расположено выше уровня грунтовых вод и поэтому для него была выбрана "горячая" схема, в которой температура должна доходить до 120 °C для того, чтобы предотвратить контакт влаги и контейнеров с отходами. В проектах хранилищ других стран, в которых запасы отработанного топлива и тепловые нагрузки будут существенно меньше, чем в Юкка-Маунтин, предполагается расположение под уровнем грунтовых вод, что требует поддержания температуры на уровне менее 100 °C для того, чтобы не повредить глиняную засыпку. В любом случае для обеспечения работоспособности горняков следует применять охлаждение, чтобы температура в туннеле не превышала 35 °C. Однако, охлаждение одиночного туннеля доступа малого диаметра не представляет серьезных трудностей.

Тепловая нагрузка в туннеле определяется выражением $q = hA(T_r - T_a)$, в котором тепловая нагрузка q является произведением эффективного коэффициента теплопередачи h , площади поверхности A и разности температур скалы T_r и воздуха в шахте T_a . При толщине изоляции в 10 см погонная тепловая нагрузка в туннеле диаметром 2 м при температуре скалы в 120 °C и температуре воздуха 35 °C будет меньше 200 Вт/м. Если туннель на подходе к депозитарию пересекает 500 метров горячей скалы, то общая тепловая нагрузка составит 100 кВт; такая нагрузка может быть снята принудительной вентиляцией внешним воздухом, подаваемым через высокоскоростную магистраль вдоль туннеля (при температуре внешнего воздуха в 25 °C для поддержания внутренней температуры в 35 °C понадобится обеспечить поток воздуха в 9 кубометров в час).

Как правило, наиболее быстрая проходка достигается в целых, неразрушенных скальных породах. Наиболее неприятны такие условия, как частые разломы, при которых проходка туннеля замедляется из-за малой прочности материала и трудности закрепления стенок и извлечения породы. Такие проблемы наблюдались при первых попытках бурения туннелей на комплексе ТВМ в Юкка-Маунтин. Основным препятствием для бурения являются непредсказуемые неблагоприятные геологические условия. Поскольку потенциальные площадки для хранилищ, скорее всего, будут хорошо изучены, и информация о геологических условиях

будет доступна широкой публике (и еще более вероятно то, что такая информация будет доступна национальной группе, которая ранее производила строительство хранилища), группы, разрабатывающие хранилища, будут подготовлены для устранения возможных задержек из-за состояния скал значительно лучше, чем те, кто работал над многими проектами проходки туннелей.

В настоящее время Министерство энергетики США исследует площадку Юкка-Маунтин в южной Неваде как потенциальное место захоронения американского отработанного топлива и высокоактивных отходов. Если хранилище будет построено, то оно разместится в 200 метрах под горой Юкка-Маунтин, а доступ к нему будет производиться через слабо наклонный туннель со склона горы. Самый короткий путь для разработки хранилища - это туннель со склона горы, минимальная длина которого будет равна 1 км. Время, необходимое для доступа к отработанному топливу в Юкка-Маунтин, при средней скорости проходки от 10 до 40 м/сутки, составит от 6 до 26 недель, учитывая время на наземную подготовку и предполагая, что трудности с непрочным скальным грунтом будут успешно решены. Из-за высокой степени разрушения скального грунта в Юкка-Маунтин на проходку первого километра исследовательского туннеля потребовалось 36 недель (4 м/сутки), а на второй километр - 16 недель (9 м/сутки). Благодаря модификации комплекса ТВМ и улучшению состояния грунта при проходке третьего километра скорость возросла до 16 м/сутки. По мере приобретения опыта в будущем туннели доступа в Юкка-Маунтин будут создаваться с использованием комплексов ТВМ за времена от 6 до 12 месяцев. Однако, из-за малого заглубления этого предполагаемого хранилища доступ через вертикальную шахту будет более быстрым. В непосредственной близости от Юкка-Маунтин регулярно бурятся большие вертикальные шахты для подземных ядерных испытаний с диаметром от 1,4 до 3,0 метра на глубины, большие, чем у предполагаемого хранилища, за времена от 6 до 8 недель²².

Типичное хранилище для высокоактивных отходов будет располагаться на глубине от 500 до 1000 метров на относительно плоской равнине. Для туннеля с наклоном 1:2 (27°) требуемая длина туннеля будет лежать в пределах от 1120 до 2240 метров. Время, необходимое для создания небольшого одиночного туннеля доступа, начиная с предварительных наземных операций, будет составлять от 6 до 44 недель при скорости проходки от 10 до 40 м/сутки. Для первых туннелей следует ожидать более длительного времени проходки, учитывая необходимое для каждого туннеля приобретение опыта.

После того, как туннель достигнет горизонта хранилища, скорость извлечения отработанного топлива будет зависеть от физических условий и от расположения контейнеров с отработанным топливом, пригоды материала засыпки в туннелях хранилища и температуры в хранилище. Многие из технических аспектов, влияющих на возможную скорость извлечения плутония, пока остаются неопределенными. Для насыщенного водой депозитария в химически восстановительной среде, как это ожидается в границе, контейнеры с отходами, как представляется, могут сохраниться в течение длительного времени без заметной коррозии или деградации. В окислительной среде, какая ожидается в Юкка-Маунтин, коррозия может быть более сильной, хотя для продления существования контейнеров будут приняты значительные технические усилия.

В старом отработанном топливе газообразные продукты деления (в особенности, криптон-85 с периодом полураспада в 10,76 года) распадутся до пренебрежимо малого уровня, что сократит радиологическую опасность открытия контейнеров на месте. В одном 125-тонном многоцелевом контейнере содержится около 100 кг плутония, так что скорость извлечения плутония могут быть потенциально высокой и будет определяться скоростью извлечения материала засыпки.

Ожидается, что могут быть разработаны и более продвинутые технологии проходки туннелей. К ним относится, например, машина для бурения туннелей с головкой из тугоплавкого металла, нагреваемой электрически и расплавляющей горные породы. Такой тип бурения демонстрировался в малых масштабах, с головкой диаметром в 5 см в лабораторных и полевых испытаниях; для исследования основных параметров бурения плавлением использовались численные и аналитические модели²³. Прибор хорошо работал в

различных условиях грунта, стабилизируя стенки туннеля стеклянным покрытием. Порода может извлекаться в виде стеклянных стержней, таблеток или стекловаты. Кроме того, маломасштабные эксперименты в пористом туфе показали, что высокая плотность расплавленного материала позволяет расплаву полностью собраться в стеклянной облицовке стенок туннеля, исключая необходимость извлечения остатков породы. Исключая механическое измельчение породы, при плавании туннеля можно добиться значительного уменьшения уровня шума по сравнению с обычными комплексами ТВМ.

Среди других перспективных технологий можно отметить резание водоструйными установками. В последнее время усилия были сосредоточены на применении водяных струй для помощи в извлечении обломков при работе комплекса ТВМ²⁴. Прилагались также усилия по разработке струй высокого давления для высокоскоростного резания. В принципе резание водяными струями может уменьшить уровень шума и увеличить скорость проходки.

ПЕРЕРАБОТКА ПЛУТОНИЯ КАЧЕСТВА ХРАНЕНИЯ

Переработка старого отработанного топлива для получения плутония качества хранения отличается от переработки свежего отработанного топлива в двух важных аспектах. Во-первых, радиоактивность старого отработанного топлива значительно меньше, что снижает требования к защите, позволяет расширить обслуживание и обращение при прямом контакте, и затрудняет дистанционное обнаружение операций по переработке. Во-вторых, не требуется извлечения урана из отработанного топлива, что упрощает химические процессы для выделения плутония. Выбор технологии для химического выделения плутония качества хранения важен, потому что максимальная скорость производства плутония будет определяться не столько его добычей, сколько выделением.

Пониженные уровни радиации старого отработанного топлива по сравнению со свежим приводят к нескольким важным преимуществам. Первое заключается в потенциальной возможности прямого контакта с самим отработанным топливом, которое излучает около одного рада в час. Продолжительность прямого контакта и усилия по уменьшению дозы будут зависеть от общей желаемой или требуемой дозы для персонала. Согласно последней информации о работах атомной промышленности в бывшем Советском Союзе, некоторые из рабочих получали дозы облучения в 100 бэр в год на протяжении нескольких лет²⁵. Рабочие, согласившиеся на получение таких доз, могут работать в непосредственном контакте со старым отработанным топливом в течение примерно 100 часов в год. При умеренной автоматизации это позволит одному рабочему разрезать много контейнеров с отработанным топливом и вручную перемещать топливные сборки, в особенности, если приняты элементарные меры для уменьшения получаемой рабочим дозы.

Пониженные уровни радиации также исключают необходимость применения массивной защиты оборудования для переработки при эксплуатации или обслуживании. Оборудование для переработки может быть размещено в стандартных промышленных зданиях, что сократит стоимость строительства и значительно облегчит возможность скрытия работ. Отсутствие значительных количеств криптона-85 с периодом полураспада в 10,76 года еще более затруднит усилия по обнаружению скрытой переработки. Выбросы криптона-85 из заводов по переработке в прошлом давали важную информацию о производстве выделенного плутония²⁶.

Из-за очень малой степени выгорания отработанное топливо из специализированных реакторов для производства плутония обладает гораздо меньшей активностью по сравнению с коммерческим отработанным топливом, хотя она остается значительно большей по сравнению с активностью старого коммерческого отработанного топлива с возрастом более 300 лет. Поэтому оценки стоимости и сроков для установок по переработке для специализированных промышленных реакторов могут дать полезную информацию о стоимости аналогичных установок для старого отработанного топлива. Более низкие уровни радиации значительно снижают капитальную стоимость установок для переработки до уровня от 16 до 50 миллионов долларов (1992 года), включая стоимость НИР и ОКР, для завода с процессом ПУРЭКС, способного обрабатывать до

85 тонн отработанного топлива низкой активности в год²⁷. Для топлива со специализированных реакторов с низкой степенью выгорания такой завод позволяет выделять около 10 кг плутония в год. Однако, гораздо большая степень выгорания коммерческого отработанного топлива значительно увеличит количество плутония, выделяемого на том же самом заводе, более чем до 700 кг в год.

Низкая радиоактивность старого отработанного топлива повышает вероятность того, что группа может извлечь старое отработанное топливо не для извлечения плутония, а прямо для продажи другой группе. Несколько стран проявляли желание потратить большие суммы денег для приобретения расщепляющихся материалов для тайных программ оружия. Будет оправданно предположить, что рынок для нелегальных сборок старого отработанного топлива будет существовать и в будущем²⁸.

ХАРАКТЕРИСТИКИ СТАРОГО ОТРАБОТАННОГО ТОПЛИВА И ПЛУТОНИЯ КАЧЕСТВА ХРАНЕНИЯ

Мощность дозы гамма-излучения типичной сборки отработанного топлива с возрастом около 15 лет составляет около 2000 рад/час на расстоянии в 1 метр от центра сборки. Такой уровень гамма-излучения делает необходимыми дистанционное обращение и значительную защиту. Однако, по мере увеличения возраста отработанного топлива уровни радиации значительно падают. В табл. 3 показаны основные изотопы, дающие вклад в дозу гамма-излучения старого отработанного топлива. Для молодого отработанного топлива с возрастом от 15 до 400 лет доза в основном определяется распадом продукта деления Cs-137, у которого при распаде дочернего ядра Ba-137m с периодом полураспада в 2,55 минуты испускается жесткое гамма-излучение с энергией 0,662 МэВ. Поскольку Cs-137 распадается с периодом полураспада 30 лет, в первые несколько сотен лет доза гамма-излучения от сборки отработанного топлива будет уменьшаться на 50 процентов через каждые 30 лет, как показано на рис. 2. В конце концов активность Am-241, испускающего фотоны с энергией 0,059 МэВ, превзойдет активность Cs-137. Более важным является то, что примерно через 400 лет активность Cs-137 будет превзойдена активностью Am-243 с периодом полураспада 7 950 лет, дочернее ядро которого Np-239 распадается с периодом полураспада 2,35 суток, испуская фотоны с энергией 0,23 МэВ. Однако, в это время общая гамма-активность уменьшится примерно на четыре порядка величины по сравнению с активностью отработанного топлива с возрастом в 15 лет. В это время мощность дозы гамма-излучения отработанного топлива не превысит 1 рада в час на расстоянии в 1 метр.

Таблица 3: Долгоживущие гамма-излучатели (≥ 10 лет) в отработанном топливе (энергия более 0,1 МэВ, доля распадов более 0,1%).

Изотоп	Выход на деление ^a	Период полураспада (лет)	Тип	Энергия (МэВ)
Kr-85	0.00248	10.7	β	0.51(0.4%)
Sn-126	0.000471	100000	β	1.21(4%); 0.7(32%) ^b
Cs-137	0.0602	30.2	β	0.66(95%) ^a
Eu-154	0.00139	8.5	β	1.27(33%); 1.00(13%)
Cm-243	0.000001	28.5	α	0.3(84%)
Cm-245	0.000046	8500	α	0.17(47%); 1.13(46%) ^c
Am-241	0.0011	432	α	0.06(80%)
Am-243	0.0021	7370	α	0.25(68%) ^d
Np-237	0.017	$2.14 \cdot 10^6$	α	0.35(63%) ^a
U-235	0.18	$7.1 \cdot 10^8$	α	0.15(75%)

^a Количество атомов на пару продуктов деления, остающееся после 150 суток выдержки.

^b Дочерний продукт Sb-126m

^c Дочерний продукт Ba-137m

^d Дочерний продукт Np-239m

^e Дочерний продукт Pa-233m

Изотопный состав плутония, добытого из хранилища, будет заметно отличаться от состава плутония, изготовленного для непосредственного использования в ядерном

оружии³¹. Плутоний оружейного качества образуется при захвате нейтронов в уране-238 во время относительно короткой экспозиции в ядерном реакторе, что приводит к составу, показанному в табл. 4. Оработанное топливо из энергетических реакторов обычно имеет гораздо большую степень выгорания, так что захват нейтронов приводит к образованию значительно большего количества более тяжелых изотопов плутония, в то время как реакции ($n, 2n$) приводят к образованию небольших, но важных количеств плутония-238. Извлечение плутония при переработке и повторное использование плутония в легководных реакторах в составе МОХ-топлива из смеси окислов еще более увеличивает содержание тяжелых изотопов в плутонии качества МОХ.

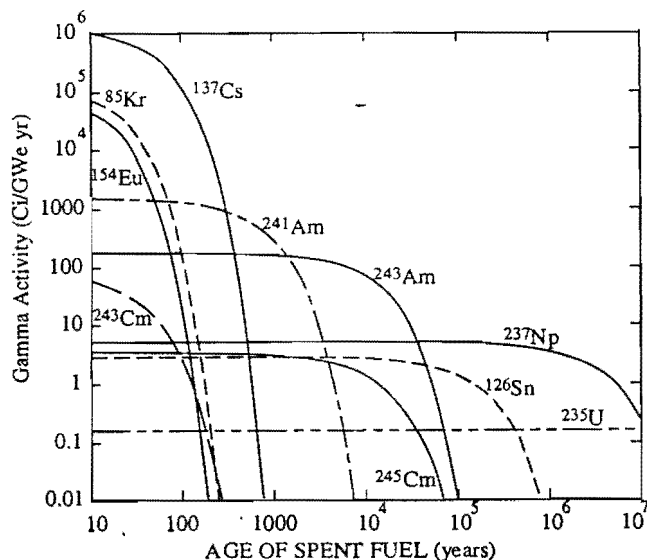


Рисунок 2: Долговременная гамма-активность в отработанном топливе водяного реактора под давлением.

В принципе плутоний может быть помещен в геологических хранилищах в различных формах, в относительно высоких концентрациях в отработанном топливе или в остеклованном плутонии из оружия, и в относительно малых концентрациях в остеклованных отходах переработки или в других трансурановых отходах. В этой статье основное внимание уделяется примеру отработанного топлива, как форме отходов, из которой может быть извлечено большое количество плутония. Во время хранения в депозитарии изотопный состав плутония будет изменяться, поскольку времена полураспада разных изотопов различны.

Таблица 4: Изотопный состав плутония различного качества³².

Качество	238	239	240	241 ^a	242
Супер	-	.98	.02	-	-
Оружие	.00012	.938	.058	.0035	.00022
Реактор ^b	.013	.603	.243	.091	.05
МОХ ^c	.019	.404	.321	.178	.078
Бридер ^d	-	.96	.04	-	-
Хранение ^a	.0013	.676	.266	10 ⁻⁸	.057

^a Pu-241 + Am-241

^b Плутоний из водяного реактора под давлением со слабообогащенным ураном при степени выгорания 33 МВт в день на кг после 10 лет выдержки.

^c Плутоний из МОХ-топлива с содержанием плутония 3.64%, изготовленного из плутония реакторного качества.

^d Реактор-размножитель на быстрых нейтронах.

^e Плутоний реакторного качества, хранившийся в течение 300 лет.

На рис. 3 показано, как будет меняться изотопный состав типичного отработанного топлива из водяного реактора под давлением в течение времени хранения в депозитарии. Для целей настоящей статьи плутоний "качества хранения" определяется как плутоний, выделенный из старого отработанного топлива с возрастом более 300 лет с типичным изотопным составом, приведенным в табл. 4.

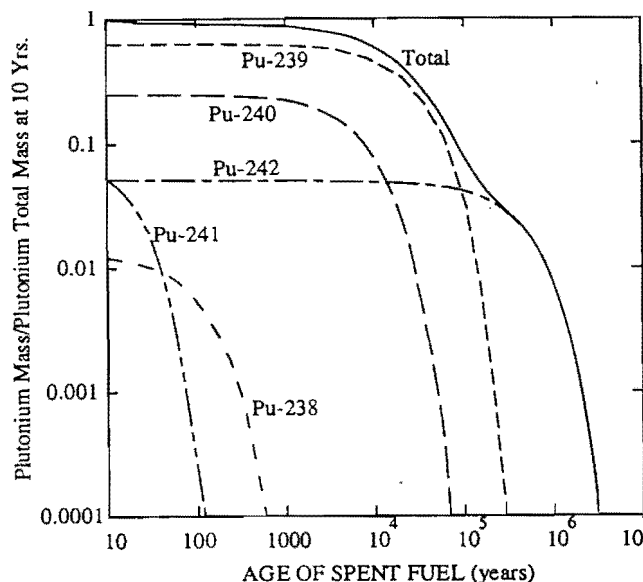


Рисунок 3: Отношение количества каждого изотопа плутония к полному начальному количеству для отработанного топлива водяного реактора под давлением (см. табл. 2).

Типичная топливная сборка из водяного реактора под давлением состоит из решетки из 17 x 17 длинных топливных стержней диаметром 0,92 см и длиной 3,85 м, в которых содержится 520 кг топлива и 4,7 кг плутония. Для непосредственного размещения в хранилище несколько топливных сборок укладываются в герметически запечатываемый контейнер. Эти контейнеры укладываются друг рядом с другом горизонтально или вертикально, с возможным заполнением пространства между ними материалом с низкой проницаемостью. Возможно, что для этой цели будет использоваться многоцелевой контейнер МРС, разрабатываемый в настоящее время Министерством энергетики США. В варианте большого контейнера будет располагаться 21 топливная сборка, в которых содержится около 100 кг плутония³³. В типичном хранилище будет находиться от нескольких сотен до многих тысяч контейнеров (за время работы электростанции производится около 100 контейнеров МРС с отработанным топливом). Возможность использования различных изотопов плутония (и урана) зависит от нескольких параметров, включающих поперечные сечения деления для быстрых нейтронов, вероятности спонтанного деления и скорости выделения тепла при радиоактивном распаде. В табл. 5 приводятся полезные данные по этим параметрам. Реакция спонтанного деления в четных изотопах плутония приводит к образованию примерно трех нейтронов, и, кроме того, нейтроны могут образовываться в реакциях альфа-частиц от распада плутония с легкими элементами. В плутонии реакторного качества спонтанное деление происходит примерно в шесть раз чаще, чем в плутонии оружейного качества. На рис. 4 показано, что вероятность спонтанного деления на единицу массы плутония лишь немного уменьшается после 20 тысяч лет, когда распадается Pu-240, и затем начинает существенно возрастать, когда распадается Pu-239 и увеличивается содержание долгоживущего Pu-240.

В плутонии, выделенном из отработанного топлива, радиоактивный распад изотопов плутония, в особенности, Pu-238 (см. табл. 5), создает внутренний источник тепла. Накопление Am-241 от распада Pu-241 постепенно увеличивает внутреннюю генерацию тепла, что компенсируется распадом Pu-238 и последующим распадом Am-241. Например, выделение тепла от плутония из отработанного топлива с возрастом в 10 лет (с изотопным составом из табл. 4) вначале составляет 10,5 Вт/кг, возрастает до 13,7 Вт/кг, и достигает максимума в 16,8 Вт/кг через 45 лет. Для плутония оружейного качества эффект Am-241 достигает максимума через 64 года. На рис. 5 показано, что для плутония реакторного качества выделение тепла существенно, но для плутония, выделенного из старого отработанного топлива, выде-

ление тепла уменьшается и в конце концов становится меньше, чем для нового плутония оружейного качества.

Таблица 5: Свойства некоторых изотопов³⁴.

Изотоп	U-235	U-238	Pu-238	Pu-239
$T_{1/2}$ (лет) ^a	$7.1 \cdot 10^8$	$4.6 \cdot 10^9$	87.7	24 100
Сечение деления:				
- тепловые (барн)	580	0	16	742
- быстрые (барн)	1.3	0.5	2.2	1.9
Критич. масса (кг)	52 ^b	850 ^a	10 ^c	10 ^c
Спонтан. нейтроны (нейт./кг сек)	0.2	17	$2.6 \cdot 10^6$	22
Тепловыделение (Вт/кг)	$5.8 \cdot 10^{-5}$	$8.2 \cdot 10^{-6}$	560	1.9
Изотоп	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
$T_{1/2}$ (лет)	6 560	14.4	$3.8 \cdot 10^5$	430
Сечение деления:				
- тепловые (барн)	0	1010	0	3
- быстрые (барн)	1.7	1.7	1.5	2.0
Критич. масса (кг)	40 ^c	10 ^c	100 ^c	100 ^c
Спонтан. нейтроны (нейт./кг сек)	$0.9 \cdot 10^6$	$49 \cdot 10^{-3}$	$1.7 \cdot 10^6$	1200
Тепловыделение (Вт/кг)	6.8	4.2	0.1	114

^a Альфа-распад, кроме Pu-241 (бета-распад)
^b Обогащен до 94% U-235
^c Обогащен до 20% U-235
^d Альфа-фаза, плотность 19,6 г/м³

последовательными поколениями нейтронов. Фактор размножения k зависит от многих параметров, в том числе плотности расщепляющегося материала, его геометрии, наличия отражающего нейтроны внешнего вещества, реакций $(n,2n)$ и $(n,3n)$, и сечения процесса деления расщепляющихся материалов.

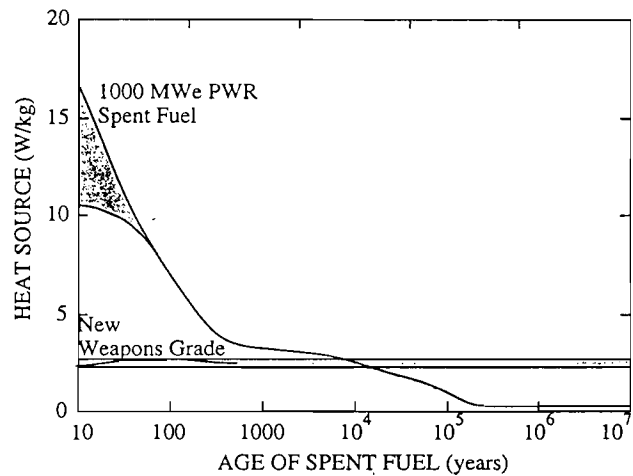


Рисунок 5: Тепловыделение в плутонии качества хранения.

Возможность того, что нейтрон сможет вызвать деление изотопа, пропорциональна сечению деления изотопа, измеряемому в барнах ($1 \text{ барн} = 10^{-24} \text{ см}^2$) и приведенному в табл. 5. У нечетных изотопов урана и плутония велико сечение деления тепловыми нейтронами, которые замедлились до тепловых скоростей при обмене энергией с замедляющими элементами, такими, как водород или углерод. Однако, для ядерных взрывных устройств время, необходимое для замедления нейтронов, слишком велико для того, чтобы обеспечить достаточно быстрое размножение нейтронов до того, как расщепляющийся материал разлетится. Поэтому ядерные взрывные устройства конструируют так, чтобы собрать достаточно плотную и большую массу из расщепляющегося материала, надкритическую для быстрых нейтронов. Единственный изотоп из табл. 5, у которого сечение деления быстрыми нейтронами слишком мало для создания ядерных взрывных устройств, это уран-238. Критическая масса изолированной сферы из урана, обогащенного до 20% U-235, равна 850 кг, что считается слишком большим для создания ядерного взрывного устройства с практическим весом³⁶. У всех изотопов плутония сечение деления для быстрых нейтронов примерно одинаково, их критические массы изолированной сферы для любой смеси изотопов плутония относительно невелики.

В ядерном взрывном устройстве с плутонием обычно используется химическое взрывчатое вещество (ВВ), которое направленным внутрь взрывом (имплозией) сжимает сплошную сферу или сферическую оболочку из плутония от подкритической к надкритической геометрии. Необходимое количество плутония меньше, чем критическая масса изолированной сферы, поскольку любое находящееся снаружи вещество может отражать нейтроны назад, и поскольку при имплозии плотность плутония превосходит обычную. По сравнению с критической массой изолированной сферы из плутония-239, равной 10 кг, критическая масса сферы с эффективным отражателем равна 4,4 кг. Устройство "Тринити", испытанное в 1945 году, часто используется в качестве примера несовершенной грубой конструкции. В нем, как сообщают, использовалась сфера из взрывчатого вещества диаметром 1,5 м и массой 2300 кг³⁷. Современные боеголовки намного меньше устройства "Тринити".

Нейтроны, образующиеся при спонтанном делении или при реакциях альфа-частиц с легкими элементами, в течение времени t после того, как плутониевая оболочка достигнет критического состояния ($k_c = 1$), но до того, как оболочка достигнет максимального проектного значения фактора размножения k_{max} , могут с некоторой вероятностью преждевременно начать цепную реакцию до того, как сработает специальный импульсный источник нейтронов для иници-

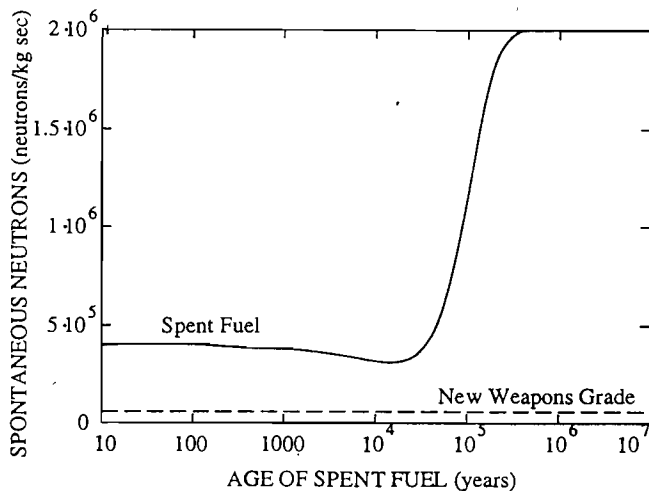


Рисунок 4: Скорость испускания спонтанных нейтронов в плутонии из старого отработанного топлива. Скачок вблизи 10^4 лет связан с распадом Pu-239.

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛУТОНИЯ КАЧЕСТВА ХРАНЕНИЯ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВНЫХ УСТРОЙСТВ

Сван³⁵ представил детальное обсуждение возможности использования плутония из старого отработанного топлива в ядерном оружии. Основные трудности в конструировании ядерного оружия с использованием плутония реакторного качества, МОХ-качества, или качества хранения, связаны с повышенной вероятностью спонтанного деления, большим выделением тепла, большей критической массой, и повышенным гамма-излучением из-за повышения концентрации Pu-241 и Am-241. Для плутония качества хранения проблемы большего выделения тепла и гамма-излучения Am-241 исчезают.

Действие оружия с делением основано на высвобождении энергии, сопровождающем быстрое размножение популяции нейтронов, возникающем после сборки надкритической массы расщепляющегося материала. Скорость, с которой возрастает популяция нейтронов, определяется степенью надкритичности, заданном фактором размножения k , средним числом нейтронов, образующихся при делении, которые вызывают дальнейшее деление, и временем Δt между

ирования реакции. Преждевременное инициирование уменьшит энергетический выход ядерного взрывного устройства до величины, меньшей проектной. Течение имплозии повернет наружу тогда, когда при делении выделится энергия, достаточная для того, чтобы нагреть расщепляющийся материал и поднять давление в нем до значений, превышающих давление ВВ во время имплозии. Если спонтанное деление произойдет в самый неудобный момент во время имплозии, когда фактор размножения станет равным $k = 1$, оболочка будет продолжать сжиматься, а нейтронная популяция будет расти. Тогда, когда течение имплозии обратится, фактор размножения k будет значительно больше единицы. Поэтому до тех пор, пока оболочка не расширится снова до $k = 1$, будет происходить выделение значительной дополнительной энергии и рост популяции нейтронов. Даже при преждевременной инициации энергия, выделившаяся в материале оболочки, будет значительно больше энергии, высвобождающейся в сравнимой массе ВВ.

Фон Хиппель и Лайман³⁸ провели вычисления, показавшие, что для устройства с конструкцией "Тринити", в котором используется плутоний реакторного качества, преждевременная инициация от нейтронов спонтанного деления приведет к тому, что с вероятностью 90% мощность взрыва будет менее 20% от проектной. Однако, эти расчеты показали, что даже для такого устройства с относительно грубой конструкцией минимальная мощность взрыва составит 2,7% от проектной, или около 0,5 килотонны. Мощность "хлопка" остается довольно большой.

Вероятность преждевременной инициации уменьшается, если уменьшается время Δt , которое проходит при изменении фактора размножения в расщепляющемся материале k от 1 до $k_{\max}$. Это время зависит как от скорости имплозии, так и от разности во внешних радиусах оболочки Δr при $k = 1$ и при $k = k_{\max}$. Большие скорости имплозии увеличивают конечное сжатие материала оболочки, уменьшая Δr и еще более уменьшая Δt . Учитывая, что критическая масса обратно пропорциональна квадрату плотности³⁹, и что максимальная плотность примерно пропорциональна квадрату скорости имплозии, можно получить, что Δt изменяется обратно пропорционально кубу скорости имплозии. Таким образом, удвоение скорости имплозии уменьшит интервал времени для преждевременной инициации в 8 раз, так что удвоение скорости имплозии по сравнению со скоростью в устройстве "Тринити" позволит получить столь же надежный выход при использовании плутония качества хранения (см. рис. 4).

В последнем исследовании Национальной академии наук США по утилизации плутония из оружия цитируется секретное исследование⁴⁰, в котором утверждается, что "при более совершенной конструкции можно изготовить ядерное оружие с плутонием реакторного качества, выход которого будет с уверенностью большим [чем выход "хлопка"]". Учитывая знание того, что можно надежно получить большой выход с плутонием реакторного качества, и малые размеры и вес современных ядерных взрывных устройств по сравнению с устройством "Тринити", маловероятно, что любая группа, предпологающая использовать плутоний качества хранения, будет копировать устройство "Тринити", несмотря на то, что имеются достаточно подробные описания этого устройства⁴¹.

Радиоактивный распад изотопов плутония создает внутренний источник тепла, мощность которого для плутония реакторного качества существенно больше, чем для плутония оружейного качества⁴². Проблемы, вызываемые генерацией тепла, обусловлены относительно малой теплопроводностью ВВ, окружающего плутониевую оболочку, которая приводит к тому, что стационарный отвод тепла возможен только тогда, когда между оболочкой и окружающей средой будет создан значительный перепад температуры. Слой ВВ толщиной лишь в 10 см приведет к повышению температуры плутониевой оболочки до 200 °C, что значительно превышает температуру в 100 °C, при которой начинается плавление и деградация ВВ⁴³. Для решения проблемы теплоотвода следует предусмотреть специальные технические средства, такие, как пересекающие ВВ тепловые мосты из металла с высокой теплопроводностью (например, алюминия)⁴⁴, или как установку плутониевых компонентов незадолго до применения устройства. При повышенных тепловых нагрузках система теплоотвода может сделать ядерное взрывное устройство менее привлекательным для использования в военных целях. Однако для плутония качества хранения тепловыделение такое же, или даже меньше, чем у плутония ору-

жейного качества (см. рис. 5).

Последняя проблема обращения с плутонием связана с требованиями защиты от гамма-излучения с энергией 0,059 МэВ, образующегося при распаде Am-241 . Интенсивность этого гамма-излучения возрастает с временем, прошедшим после химического выделения плутония в результате распада Pu-241 с периодом полураспада 14,4 года. Из-за повышенной начальной концентрации Pu-241 эта проблема особенно серьезна для плутония реакторного качества. Однако, концентрация Pu-241 в плутонии качества хранения пренебрежимо мала по сравнению с плутонием оружейного качества (см. табл. 4), так что контактное гамма-излучение от плутония качества хранения будет менее опасным, чем для плутония оружейного качества.

Несмотря на то, что главный недостаток плутония реакторного качества - повышенное тепловыделение - отсутствует у плутония качества хранения, важно отметить, что некоторые из потенциальных проблем применения плутония качества хранения обусловлены наличием большого количества четных изотопов плутония. Эти проблемы могут оказать влияние на принятие решений по выбору между добычей плутония качества хранения из депозитариев и производством нового плутония или урана оружейного качества. Конструкция, обеспечивающая заданную скорость имплозии и степень сжатия, при использовании плутония качества хранения обеспечит меньшее значение максимального фактора размножения $k_{\max}$, чем для плутония оружейного качества, из-за меньшего значения сечений деления нейтронами. Иначе говоря, при одинаковой конструкции мощность заряда из плутония качества хранения будет меньше, чем у заряда из плутония оружейного качества, даже если удастся избежать преждевременной инициации.

Второй недостаток связан с необходимостью испытаний. Считается, что достаточно надежное оружие на основе деления, хотя и с неопределенной мощностью, можно разработать и без испытаний. Достаточно провести испытания системы из ВВ для имплозии с соответствующей диагностикой рентгеновским излучением, чтобы подтвердить достижение желаемой геометрии и степени сжатия⁴⁵. Однако, для национальных групп, восстанавливающих запасы термоядерного оружия ("деления-синтеза"), которое было первоначально разработано для использования плутония оружейного качества для поджигания вторичной реакции синтеза, может понадобиться испытание первой ступени деления при замене на плутоний качества деления. Такие испытания могут замедлить внедрение термоядерного оружия на основе плутония качества хранения, хотя национальные группы и могут в принципе скрыть испытания первых ступеней деления⁴⁶. Третьим недостатком плутония качества хранения является то, что, скорее всего, изотопный состав разных партий плутония будет неоднородным, в зависимости от степени выгорания в топливных сборках.

ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ

Плутоний из старого отработанного топлива в геологическом хранилище можно в принципе извлечь при помощи одиночного туннеля доступа малого диаметра (или шахты) менее чем за один год с начала проходки туннеля, причем производительность будет больше, чем у крупных промышленных реакторов. Для текущих проектов хранилищ производство 700 кг плутония в год потребует капиталовложений от 2,5 до 7,4 миллиона долларов 1992 года для одиночного туннеля доступа малого диаметра и от 16 до 50 миллионов долларов для предприятия по переработке. Для сравнения, добыча урана, производство топлива, строительство реактора и предприятий для переработки, способных производить 8 кг плутония в год, потребует от 3 до 5 лет при капиталовложениях более 100 миллионов долларов. Для достижения производительности в 100 кг плутония в год затраты на добычу урана, производство топлива, строительство реактора и установок для переработки могут превысить один миллиард долларов.

Институциональные и технические средства для обеспечения гарантий для хранилищ отработанного топлива в течение длительного периода времени пока еще не разработаны полностью, и не исключено, что продолжающиеся исследования могут показать, что геологические хранилища не представляют непреодолимого барьера для быстрого извлечения отработанного топлива. Поэтому текущая политика не должна препятствовать возможному в будущем ре-

шению о извлечении и переработке старого отработанного топлива для уменьшения долговременного риска распространения. Текущая политика должна минимизировать будущий риск распространения от хранилищ отработанного топлива, уменьшая количество хранилищ отработанного топлива и проводя поиск наиболее надежных методов долговременных гарантий. Можно сформулировать следующие специфические политические рекомендации.

Уменьшение количества депозитариев отработанного топлива. Если придерживаться текущей политики, то во всем мире может быть построено до 25 хранилищ отработанного топлива. Даже в хранилище минимально возможного размера, в котором будет храниться отработанное топливо от одного коммерческого энергетического реактора, может содержаться более 10 000 кг плутония. Поскольку атомная промышленность США очень велика, увеличение мощности разрабатываемого в США депозитария на 100 процентов позволит собрать все отработанное топливо от всех существующих электростанций в тех странах, в которых в настоящее время не предполагается перерабатывать отработанное топливо, только в одном хранилище⁴⁷. Наличие одного международного хранилища поможет также сократить риск извлечения отработанного топлива, остающегося в наземных хранилищах после остановки реакторов, особенно в малых странах, в которых не ведется развернутой работы по планированию утилизации отработанного топлива.

Поддержка возможности извлечения. Вероятно, что в следующем веке запасы нефти и природного газа иссякнут. До сих пор не было продемонстрировано никаких альтернативных источников, за исключением угля и атомной энергии, которые могли бы заменить нефть и газ в необходимом масштабе. В процессе принятия имеющих отношение к энергетике решений следующие поколения могут обратиться к извлечению и переработке старого отработанного топлива. С другой стороны, следующие поколения могут решить, что долговременная угроза безопасности со стороны отработанного топлива слишком велика, и что следует разработать и внедрить технологии удаления плутония. Хранилища отработанного топлива должны быть спроектированы таким образом, чтобы они оставались открытыми до тех пор, пока не будет найдена и внедрена в большом масштабе постоянная и возобновляемая альтернатива нефти, газу и углю, так, чтобы отработанное топливо могло быть извлечено экономичным способом.

Изучение альтернатив прямому захоронению. Альтернативные топливные циклы, в которых из потока высокоактивных отходов извлекается большая часть плутония, заслуживают особого исследования и демонстрации⁴⁸. Необходимы дальнейшие исследования, чтобы определить возможность создания адекватных технических средств для обнаружения будущих работ по проходке туннелей, возможность разработки институционального контроля, способного функционировать в течение сотен тысяч лет. Необходимо также количественно оценить риск и возможные последствия изъятия плутония при провале институционального контроля. Риск, связанный с будущим изъятием плутония, следует сравнить с текущим риском и стоимостью альтернативных технологий утилизации с выделением и уничтожением плутония.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. G. Lindsey, A. Fettah, "The Interface Between Nuclear Safeguards and Radioactive Waste Disposal: Emerging Issues", *IAEA Bulletin*, 36 (1994), pp. 22. Авторы статьи утверждают, что "Для отработанного топлива в депозитариях политика отделения гарантий МАГАТЭ заключается в продолжении гарантий после закрытия хранилища... Принятие требования неограниченного во времени слежения за отработанным топливом в хранилищах приведет к двум проблемам: 1) противоречиям с одной из задач управления радиоактивными отходами, заключающейся в недопущении создания проблем для будущих поколений, и 2) беспокоящей особенности принятия экономических обязательств по деятельности неизвестной продолжительности стоимость которой, следовательно, не может быть надежно оценена".
2. J. Swahn, Technical Peace Research Group, Institute of Physical Resource Theory, Chalmers University of Technology, Goteberg, The Long-Term Nuclear Explosives Predicament: The Final Disposal of Militarily Usable Fissile Material in Nuclear Waste from Nuclear Power and the Elimination of Nuclear Weapons (1992).
3. Выдержка из "World List of Nuclear Power Plants", *Nuclear News* (September 1994), pp. 57.
4. Плутоний-239 распадается с образованием альфа-частиц, превращаясь в уран-235. Для большей части отработанного топлива U-235 естественно перемешан с U-238, и использовать его в изготовлении ядерного оружия сложно. Распад Pu-239, утилизированного в остеклованной форме без U-238, приведет к образованию U-235 с периодом полураспада в 0,7 миллиарда лет, который может быть выделен химическими методами и использован для изготовления ядерных взрывных устройств.
5. Механизмы естественного высвобождения рассматриваются в весьма обширной литературе. В связи с возможной антропогенной активностью в будущем, рабочая группа OECD NEA отмечает, что: "Разрушительные антропогенные действия можно разделить на те, в которых система барьеров разрушается сознательно, и на те, в которых она разрушается непреднамеренно. За действия человека, приводящие к выбросу радиоактивности, и предпринятые скорее намеренно, чем непреднамеренно, можно считать ответственным общество, в котором предпринимаются такие действия. Эти преднамеренные действия не рассматривались количественно в предыдущих исследованиях безопасности, в то время как в большинстве программ изучались действия, в которых система захоронения разрушалась непреднамеренно." См. D.R. Anderson, D.A. Galson, E.S. Patera, "Assessment of Future Human Actions at Radioactive Waste Disposal Sites: An International Perspective", Fifth International Conference on High Level Radioactive Waste Management (American Society of Civil Engineers, Las Vegas, Nevada, 1994), vol. 3, pp. 1286.
6. G. Lindsey, A. Fettah, см. ссылку 1.
7. National Academy of Sciences, *Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium* (National Academy Press, Washington, DC, 1994) p. 59; P. Baumgartner, G.R. Simmons, "Safeguarding the Disposal of Canada's Used Nuclear Fuel", Fifth International Conference on High Level Radioactive Waste Management (American Society of Civil Engineers, Las Vegas, Nevada, 1994), vol. 3, pp. 1782.
8. C.W. Forsberg, "An Ocean Island Geological Repository - A Second-Generation Option for Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Waste", *Nuclear Technology* 101 (1993) p. 40.
9. G. Lindsey, A. Fettah, см. ссылку 1.
10. J. Swahn, см. ссылку 2.
11. U.S. Congress, Office of Technology Assessments, "Technologies Underlying Weapons of Mass Destruction", U.S. Government Printing Office, OTA-BP-ISC-115 (1993), p. 156.
12. U.S. Congress, 1993, p. 158, см. ссылку 11.
13. В 1983 г. строительство туннеля диаметром 2,6 м и длиной 9,1 км для Metropolitan Sanitary District of Greater Chicago обошлось в 15 387 000 долларов (1983 года; сюда входила стоимость бетонной облицовки и 18 шахт для сброса и доступа; см. D.P. O'Connor, "Economy Version of Small Diameter Rock Boring", C.D. Mann, M.N. Kelleys, Eds., *Rapid Excavation and Tunneling Conference*, Society of Mining Engineers, New York, 1985, vol. 2, pp. 738). Стоимость проекта SYAR, включающего туннель длиной 9,2 км и диаметром 3,6 м, бетонную облицовку, грунтовую дорогу с твердым покрытием длиной 970 м, линию электропередачи с напряжением 46 кВ длиной в 19 км, а также земляные и восстановительные работы, в 1990 г. составляла 43 762 203 доллара (P.R. Bushmann, D.J. Rogers, "Rapid Construction of the SYAR Tunnel Central Utah Project", *Rapid Excavation and Tunneling Conference*, Society for Mining, Metallurgy and Exploration, Seattle, Washington, 1991, p. 473).
14. W.C. Peters, *Exploration and Mining Geology* (John Wiley and Sons, New York, 1987), p. 266.
15. P.N. Nelson, T.D. O'Rourke, R.F. Flanagan, F.H. Culhavy, A.R. Ingraffea, U.S. Department of Transportation, *Tunnel Boring Machine Performance Study* (1984), p. 2-1.
16. Oahe Dam: G.West, *Innovation and the Rise of the Tunneling Industry*. (Cambridge University Press, Cambridge, 1988) p.254; Y. Jordal, S. Hartwig, "The IVAR Project: An Uncommon, Everyday TBM Tunnel", W.D. Wightman, D.C. McCarrys, Eds., *Rapid Excavation and Tunneling Conference* (Society for Mining, Metallurgy and Exploration, Seat-

- tle, Washington, 1991), p. 473; G. Davey, K.R. Dickson, I.M. Gowing, "Kelano Power Tunnel", там же, p. 487; P.R. Bushmann, D.J. Rogers, там же (см. ссылку 13).
17. В работе Nelson et al. (см. ссылку 15) представлено детальное обсуждение исследования параметров шести туннелей, проходка которых производилась комплексами для бурения туннелей (TBM). Оптимизация характеристик TBM при помощи автоматического контроля тяги и приводов переменной частоты рассматривалась в работе H.A. Janzon, "Tunnel Boring Machine for the Nuclear Waste Repository Research Project", Fifth International Conference on High Level Radioactive Waste Management (American Society of Civil Engineers, Las Vegas, Nevada, 1994), vol. 2, pp. 403.
 18. H.A. Janzon, см. ссылку 17.
 19. Y. Jordal, S. Hartwig, см. ссылку 16.
 20. Nelson et al., см. ссылку 15, p. xxxi.
 21. G. West, см. [16], p. 31; Nelson, см. ссылку 15, p. 2-1.
 22. United States Congress, Office of Technology Assessment, "The Containment of Underground Nuclear Explosions", U.S. Government Printing Office, OTA-ISC-414 (1989), p. 18.
 23. J.C. Rowley, in *Tunneling and Underground Transport*, F.P. Davidson, Ed. (Elsevier, New York, 1987), p. 157.
 24. R.J. Robbins, in *Tunneling and Underground Transport*, F.P. Davidson, Ed. (Elsevier, New York, 1987), p. 142.
 25. D.A. Rossin, "Viewing Russian Radiation Exposure Data", *Nuclear News*, (September, 1993), p. 110.
 26. National Academy of Sciences, p. 97, см. ссылку 7.
 27. U.S. Congress, 1993, p. 156, см. ссылку 11.
 28. "В особенности, одной из существенных составляющих риска хищения является хищение группами, не имеющими возможности обработки этого материала или включения его в ядерное оружие, для продажи тем, кто такие возможности имеет. Большими препятствиями для таких хищений будут формы плутония, которые делают трудными их извлечение, хранение и перевозку для неподготовленных групп (например, формы с сильной радиоактивностью), даже если они будут существенно меньшими препятствиями для групп, достаточно подготовленных для создания ядерного оружия." (National Academy of Sciences, p. 64, см. ссылку 7).
 29. National Academy of Sciences, *Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium* (National Academy Press, Washington, DC, 1994) p. 150.
 30. Выдержки из работ M. Benedict, T.H. Pigford, H.W. Levi, *Nuclear Chemical Engineering*, (MacGraw-Hill, New York, 1981), p. 359, 370; C.M. Lederer, V.S. Shirley, Eds., *Table of Isotopes* (Wiley and Sons, New York, 1978).
 31. Плутоний из демонтированного ядерного оружия, утилизированный методом остекловывания, будет обладать изотопным составом и ядерными свойствами, характерными для плутония оружейного качества.
 32. Взято из работы J. Carson Mark, "Explosive Properties of Reactor Grade Plutonium", *Science and Global Security*, 4, (1993), p. 111.
 33. Масса топлива в типичном легководном реакторе (ЛВР) примерно равна 101 тонне, размещенной в 193 топливных сборках (N.E. Todreas, M.S. Kazimi, *Nuclear Systems I Thermal Hydraulic Fundamentals* (Hemisphere, New York, 1990), p. 31). При степени выгорания в 33 000 Мвт в сутки на тонну в 1 тонне топлива содержится примерно 9,03 кг плутония (Benedict et al., p. 388, см. ссылку 30), что составляет 4,7 кг на топливную сборку. Разрабатываемый в настоящее время стандартный контейнер (MPC) для перевозки по железной дороге в нагруженном состоянии должен весить 125 тонн; он вмещает 21 топливную сборку ЛВР, или 100 кг плутония на контейнер.
 34. Взято из работ J. Carson Mark, см. ссылку 32; A. de Volpi, *Proliferation, Plutonium and Policy / Institutional and Technological Impediments to Nuclear Weapons Proliferation*, (Pergamon Press, New York, 1979); M. Benedict, T.H. Pigford, H.W. Levi, *Nuclear Chemical Engineering*, (MacGraw-Hill, New York, 1981); and U.S. Congress, Office of Technology Assessment, *Nuclear Proliferation and Safeguards* (Library of Congress Catalog No. 77-600024, 1977). На рис. 2 из статьи J. Carson Mark, см. ссылку 32, показана детальная зависимость поперечного сечения деления от энергии падающего нейтрона.
 35. J. Swahn, см. ссылку 2.
 36. U.S. Congress, 1977, см. ссылку 34.
 37. R. Rhodes, *The Making of the Atomic Bomb*, (Simon and Shuster, Inc., New York, 1986), p. 657.
 38. J. Carson Mark, p. 125, см. ссылку 32.
 39. T. Greenwood, G.W. Ratjens, J. Ruina, *Nuclear Power and Weapons Proliferation*, (Adelphi Papers No. 130, The International Institute for Strategic Studies, London, 1977), p. 3.
 40. В книге National Academy of Sciences, см. ссылку 7, на стр. 32 цитируется секретный отчет W.G. Sutcliffe, T.J. Trapp, Lawrence Livermore National Laboratory, *Extraction and Utility of Reactor-Grade Plutonium for Weapons (S/RD)*, UCRL-RL-115542 (1994).
 41. Например, в книге R. Rhodes, см. ссылку 37, описывается изготовление и сборка плутониевых элементов для ядерного устройства "Тринити" (стр. 480), геометрия и установка "поршня" (стр. 658), взрывчатое вещество с меньшей скоростью детонации, отлитое и обработанное в виде линз для получения сферической волны детонации с детонаторами в дискретных точках (стр. 575), применение диагностики в рентгеновских лучах для изучения скорости и симметрии имплозии плутониевых элементов (стр. 573), применение нейтронного инициатора, расположенного в центре устройства и активируемого приходящей ударной волной сжатия (стр. 578); там же приводится фотография раннего варианта бомбы с расположением взрывчатого вещества (см. рис. 78).
 42. Отметим, что проблема внутреннего тепловыделения еще больше затрудняется тем, что из-за меньших сечений деления плутония-240 и плутония-242 быстрыми нейтронами для создания устройства требуется большее количество плутония реакторного качества. Например, элементы из плутония оружейного качества весом в 4 кг будут выделять около 10 Вт (или 2,5 Вт/кг), а элементы из плутония реакторного качества весом в 8 кг будут выделять от 85 до 135 Вт (или 10,5 - 16,5 Вт/кг).
 43. Для оболочки взрывчатого вещества с внутренним диаметром в 10 см и внешним диаметром в 30 см с теплопроводностью в 0,4 Вт/м²°C разность температур будет составлять 2,6 °C/Вт, или от 225 до 360 °C для плутония реакторного качества. Теплопередача на окончательный сток тепла потребует дополнительного скачка температуры; например, для теплоотвода естественной конвекцией в воздухе для сферы с диаметром в 30 см и с внутренним источником тепла мощностью в 85 Вт потребуются скачок температуры в 70 °C.
 44. J. Carson Mark, p. 122, см. ссылку 32.
 45. U.S. Congress, 1977, см. ссылку 34, p. 140; W. van Cleave, in *Nuclear Proliferation: Phase II*, R.M. Lawrence, J. Larus, Eds., (University Press of Kansas, Lawrence, Kansas, 1974), p. 53.
 46. В 1993 году Министерство энергетики рассекретило большое количество засекреченных ранее материалов по ядерному оружию, в числе которых были данные о 252 секретных ядерных испытаниях. "Одним из вызывающих беспокойство моментов было то, что 18 необъявленных испытаний, проведенных во время администраций Рейгана и Буша, похоже, не были зарегистрированы имевшимися в то время чувствительными сейсмологическими мониторами". *Programme for Promoting Nuclear Nonproliferation Newsbrief*. (Mountbatten Centre for International Studies, University of Southampton, 4th Quarter, 1993), p. 9.
 47. Это предполагает примерную эквивалентность длительности эксплуатации электростанций и факторов нагрузки для установок общей мощностью в 99 255 Мвт (эл.) в 24 странах (см. табл. 1), которые в настоящее время не планируют перерабатывать отработанное топливо (за исключением США с общей мощностью в 99 510 МВт (эл.)). Здесь предполагается также, что действующий в США закон, ограничивающий мощность первого хранилища, будет дополнен, а политические трудности, связанные с приемом иностранного отработанного топлива, будут разрешены.
 48. На современных установках по переработке в поток отходов попадает примерно 0,1 процента плутония, который остекловывается вместе с выделенными продуктами деления.